

## 고리 2호기 재장전수조 배수운전중 잔열제거펌프 공기유입 원인분석

### An Analysis of Air Entrainment into Residual Heat Removal Pump during the Refueling Cavity Draindown for Kori Unit 2

하상준, 오형숙  
전력연구원

한기수  
한국전력기술주식회사

노기경  
한국전력공사

#### 요약

고리 2호기에서는 1998년과 1999년 그리고 2000년의 계획예방정비 기간중 핵연료가 원자로용기에서 제거된 상태의 원자로 재장전수조 배수과정에서 잔열제거펌프 흡입구측에 다량의 기포가 유입되어 잔열제거펌프가 상실되었다. 잔열제거펌프 상실시 재장전수조의 수위는 원자로용기 플랜지보다 1m 위에 있었으며 지금까지 국내외 원전에서 유사사례는 잘 알려져 있지 않았다. 본 연구에서는 재장전수조 배수운전중 잔열제거펌프 흡입구로 공기가 유입된 원인을 RELAP5/MOD3 코드를 이용하여 분석하였다. 또한, 원자로용기내에 핵연료가 장전되어 있을때에 잔열제거펌프가 상실되지 않는 이유도 정성적으로 분석하였다.

#### Abstract

In 1998, 1999 and 2000, the Kori Unit 2 has experienced the air entrainment and loss of flow in the residual heat removal (RHR) pump during a planned draining of the refueling cavity without the fuel assemblies in the reactor vessel. The water level of the refueling cavity was 1 m above reactor vessel flange when the transients occurred and a similar event was not known so far in domestic and foreign nuclear power plants. The cause of air entrainment into the RHR pump is analyzed using the RELAP5/MOD3 code in this study. Also, it is qualitatively analyzed the reason why such transients do not occur when fuel assemblies are loaded in reactor vessel.

#### 1. 서론

고리 2호기에서는 '98년, '99년, '00년에 핵연료가 원자로용기에서 제거된 상태의 원자로 재장전수조(Refueling Cavity) 배수운전중에 잔열제거(Residual Heat Removal, 이하 RHR) 펌프 입구

측에 다량의 기포가 유입되어 잔열제거펌프의 기능이 상실된 경험이 있었다. 부분충수 운전시 RHR 펌프로의 공기 유입 사례는 이미 잘 알려져 있었으나[1], 핵연료가 원자로용기에서 제거된 상태에서 재장전수조에 충분한 냉각수가 있는데도 불구하고 RHR 펌프로 기포가 유입되어 펌프가 상실된 사례는 잘 알려져 있지 않았다. RHR 펌프는 발전소 정지기간 중 노심내의 붕괴열 제거 및 안전주입 기능을 담당하고 있는 주요 안전설비로 원전 안전성 확보를 위해 공기 유입으로 인해 RHR 펌프가 상실되는 것은 펌프 건전성 차원에서 바람직하지 않다.

'98년과 '99년에 RHR 펌프가 상실되었을 때의 재장전수조 배수운전조건은 다음과 같았다. 증기발생기 입구 및 출구측에 노즐댐이 설치되어 있고, 수위는 원자로용기 flange 보다 1m 정도 위에 있었으며, 원자로용기 내에 핵연료는 없었으나 원자로 상부 구조물이 원자로용기 속에 가조립 상태로 설치되어 있었다(그림 1). RHR 펌프를 이용한 재장전수조 배수량은 '98, '99년에 각각 270 m<sup>3</sup>/hr, 50m<sup>3</sup>/hr 이었다. 또한, '00년 제15차 계획예방정비 기간중에도 RHR 펌프로 기포가 유입되는 현상이 발생하였는데, 이때의 운전 조건은 '98년과 '99년의 운전조건과 유사하나 증기발생기 노즐댐이 설치되지 않았고 배수량은 110m<sup>3</sup>/hr이었다. 또한, 고리 2호기 재장전수조 배수운전중 잔열 제거펌프의 공기흡입 사건의 주요 특징은 핵연료가 원자로용기내에 장전되어 있지 않을 때에만 발생하고, 핵연료가 원자로용기내에 장전되어 있을 때는 발생하지 않는다는 것이다.

이 연구의 목적은 핵연료가 원자로용기내에 없을 때 RHR 펌프로 공기가 유입되는 원인과 경로를 안전해석 코드를 이용하여 분석하고, 원자로용기내에 핵연료가 있을 때 핵연료가 유동에 미치는 열수력적 영향과 기계적 영향을 검토하여 RHR 펌프로 기포가 유입되지 않는 이유를 밝히는데 있다.

## 2. 분석

### 2.1 핵연료가 없을 때 RHR 펌프 공기 유입 원인 분석

RELAP5/MOD3 코드[2]를 사용하여 공기 유입 원인 분석을 수행하였으며, 고리 2호기의 1차 계통 및 재장전수조를 그림 2와 같이 분할(nodalization)하여 RHR 펌프를 이용한 재장전수조 배수운전을 RELAP5/MOD3 코드로 모사하였다. 원자로용기내에 핵연료가 없는 상태에서는 상부지지 구조물(upper support assembly)의 하중에 의해 상부지지 구조물과 core holddown spring 사이는 유로가 형성되지 않는 것으로 가정하였다(그림 3). 웨스팅하우스형 원전의 경우 상부지지구조물에는 제어봉 안내관(guide tube housing)와 계측기 안내관, 지지각주(support column)등이 설치되어 있어 유로가 형성될 수 있는 아주 작은 틈새는 있을 수 있으나 다량의 냉각수가 흐를 수 있도록 인위적으로 만든 구멍은 없다. 따라서 상부지지구조물을 통한 유로는 없는 것으로 가정하였다. 배수운전의 경계조건으로는 가압기 상부에 작업자 출입구가 열려있고, RCDT 펌프를 이용한 배수는 없고, 초기 재장전수조 수위는 원자로용기 flange에 비해 2m 상부에 있으며, 재장전수조 배수유량은 '98년도의 배수유량인 270m<sup>3</sup>/hr와 '99년도 배수유량인 50m<sup>3</sup>/hr에 대해 각각 분석하였다.

이 연구에 사용한 원자로 내부 구조물의 명칭과 주요 기기의 명칭은 그림 3과 같이 참고문헌 [3]에 기술된 명칭을 사용하였다.

#### 2.1.1. 배수유량 270m<sup>3</sup>/hr

배수유량이 270m<sup>3</sup>/hr일 때 RELAP5/MOD3 코드 모사는 1000초 동안 재장전수조에 충수 및 배

수가 없는 상태를 유지하다가 1000초부터는 270m<sup>3</sup>/hr의 일정한 유량으로 배수하고, 재장전수조 배수 시작전의 재장전수조 수위는 원자로용기 flange 보다 약 2 m 상부에 있는 것으로 가정하였다.

그림 4는 노심 하단을 기준으로 하는 냉각수의 응축수위(collapsed liquid level)를 나타낸 그림이다. surge line 수위는 노심과 surge line 및 가압기를 연결하는 부분의 응축수위를 나타내고(그림3에서 유로①의 응축수위, H1), guide tube 수위는 재장전수조, guide tube 및 노심을 연결하는 부분의 응축수위를 나타내며(그림 3에서 유로②의 응축수위, H2), 재장전수조 수위는 재장전수조와 downcomer를 연결하는 부분의 응축수위를 의미한다(그림3에서 유로③의 응축수위, H3). 배수가 시작되면 재장전수조 수위와 guide tube 수위가 surge line 수위보다 먼저 감소하는데 이는 spray 노즐과 guide tube를 통과하는 유량이 surge line를 통과하는 유량보다 크고(그림 5), 가압기 일부에 물이 차 있기 때문이다. 가압기에서 물이 완전히 배수가 되는 1600초부터는 surge line 수위의 감소 폭이 재장전수조 및 guide tube 수위의 감소 폭보다 크다가 재장전수조 수위가 원자로용기 Flange보다 높은 약 1m 부터는 guide tube housing 상부 구멍을 통하여 배수되는 유량이 없어지게 되므로 guide tube 수위가 급격히 떨어지게 된다. 그림으로부터 재장전수조 수위는 원자로용기 flange보다 1m 정도 높게 유지되는데도 불구하고 guide tube 수위와 surge line 수위는 고온관 중심수위 밑으로 떨어져 있으므로 RHR 펌프 흡입구에 공기가 유입된다.

그림 5는 RHR 펌프 배수량과 재장전수조에서 spray nozzle 및 downcomer를 통과하여 고온관으로 유입되는 유량(그림 3에서 유로③을 통한 유량), 재장전수조에서 guide tube housing을 통과하여 고온관으로 유입되는 유량(그림 3에서 유로②를 통한 유량), 그리고 surge line에서 고온관으로 유입되는 유량(그림 3에서 유로①을 통한 유량)을 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이, guide tube 수위가 급격히 감소하기 전에는(2200초 이전) spray 노즐을 통과하는 유량과 surge line을 통과하는 유량이 guide tube housing을 통과하는 유량에 비하여 매우 작음을 알 수가 있다. guide tube housing을 통과하는 유량이 급격히 감소하기 시작한 후부터는 spray nozzle을 통과한 유량이 약간 증가하나 3개 유로의 유량 합이 RHR 펌프에 의해 배수되는 유량보다 작다. 따라서 이 시점부터는 upper plenum 및 고온관에 있는 물이 RHR 펌프로 배수되고, 이 부분은 공기로 차게 된다.

그림 6은 surge line(그림 2의 component number 500-5), 고온관(component number 300 및 400), RHR 펌프 suction 배관에서의 액적율(liquid void fraction)을 보여 주고 있다. 이 그림에서 surge line의 수직 배관이 먼저 배수되면서 유입된 기포가 고온관을 거쳐 RHR 펌프 suction line으로 유입되고 있음을 보여준다. RHR 펌프 기포흡입 증상이 발생하는 시점은 기포율이 3%이상으로 증가하는 2480초에 발생하는 것으로 보인다[4].

### 2.1.2. 배수유량 50m<sup>3</sup>/hr

배수유량이 50m<sup>3</sup>/hr일 때 RELAP5/MOD3 코드 모사는 초기 1000초 동안은 재장전수조에 충수 및 배수가 없는 상태를 유지하다가 계산시간을 줄이기 위해 다음 1000초 동안은 270m<sup>3</sup>/hr로 배수하고(이때 재장전수조 수위는 guide tube 상부보다 높음), 이후부터는 50m<sup>3</sup>/hr의 일정한 유량으로 배수하였다.

분석 결과들은 그림 7에서 그림9에 나타나 있다. 그림 9에서 RHR 펌프 공기 유입 시간은 약 8800 초로, 이 때의 재장전수조 수위는 그림 7에서 노심 위 7.6m에 위치하고 있다. 배수유량이 적으면 RHR 펌프 공기가 유입되는 재장전수조 수위는 줄어들지만 공기 유입 원인 및 경로, RCS내에서 발생하는 현상들은 거의 유사함을 알 수 있다.

그림 10은 앞에서 분석한 결과를 토대로 RHR 펌프 기능 상실 시점에서 RCS내 냉각수의 분포

를 도식적으로 표시하였다. 재장전수조에는 상당한 수위가 유지되고 있으나 Surge line을 통해 들어온 공기는 대부분 upper support assembly 아래쪽 plenum과 고온관 상부에 모이게 된다. 이 후에도 지속적으로 배수가 이루어지게 되면 고온관 상부의 공기가 RHR 펌프 흡입 배관으로 유입되어 RHR 펌프의 기능이 상실된다.

## 2.2 핵연료가 원자로용기 내에 있는 경우에 대한 평가

원자로용기에 핵연료가 장전되어 있는 상태에서 재장전수조의 냉각수를 RHR 펌프로 배수할 때 열수력적 측면과 기계적인 측면에서 유동 차이가 발생할 수 있으므로 각각에 대해 평가하였다.

### 2.2.1 열수력적 측면에서 영향 평가

원자로용기에 핵연료가 있을 때는 노심의 유로 단면적이 줄어들고, 핵연료의 붕괴열에 의해 냉각재 온도가 상승한다. 유동장에서 비회복성 압력 손실은 다음과 같이 표시된다.

$$\Delta P = (K + f \frac{L}{De}) \frac{\rho V^2}{2gc} \quad (1)$$

여기서, K는 형상 압력 손실 계수, f moody 마찰 계수, L 길이, De 등가 직경,  $\rho$  밀도, V 유속,  $g_c$  중력가속도 상수이다. 핵연료가 장전되면 온도상승으로 인해 점성도가 감소하여 유동을 증대시킬 수 있는 요인도 있으나, K의 증가 및 유로 단면적 감소, 이에 따른 유속의 증가로 인해 압력 손실은 증가한다. 이는 유로가 spray nozzle을 통해서만 형성된다고 가정할 경우에 spray nozzle에서 RHR 펌프까지의 압력 손실을 증대시켜 가압기를 통해 공기가 더 잘 유입될 수 있는 방향으로 작용한다. 따라서 핵연료가 원자로용기에 장전되어 있을 때 열수력적 영향에 의해 재장전수조 배수시 잔열제거계통으로 공기흡입이 발생하지 않는 것으로 보기 어렵다.

### 2.2.2 기계적 측면에서 영향 평가

기계적 측면에서는 핵연료가 원자로용기내에 장전됨으로 인해 원자로 내부 구조물의 상대적 위치가 변화하고, 이에 따라 재장전수조 배수시 재장전수조의 냉각수가 원자로용기를 통과하여 RHR 펌프 흡입구로 유입될 때 핵연료가 장전되지 않을 때에 비해 유로 차이가 발생할 가능성을 검토하였다.

핵연료 집합체들은 원자로용기 내에서 하부노심판(lower core plate)에 직립하고, alignment pin들에 의해 집합체의 방향과 위치가 고정된다. 모든 연료 집합체들이 원자로용기내에 설치된 후, 상부지지 구조물(upper support structure)들은 연료 집합체 상단에 설치된다. 상부지지 구조물과 연료 집합체는 alignment pin에 의해 위치가 고정된다. 상부노심판(upper core plate)은 연료집합체의 top nozzle에 있는 holddown spring을 아래로 눌러 수직방향으로 연료집합체를 고정시키고 진동을 방지한다. 지진에 의한 힘이나 수력적 하중, 연료 집합체 spring 등이 수직 상부방향으로 가하는 힘은 upper core plate에 전달되고, 이 힘은 다시 support column 및 upper support flange을 통해 원자로용기 Head로 전달된다. 핵연료 집합체 상부에 있는 holddown spring의 설계는 원자로용기 내부 구조물과 핵연료집합체의 제작 공차, 연료 연소에 따른 구조물 및 집합체의 치수 변화를 흡수하고, 정상 및 비정상 운전 중에 발생하는 하중이나 진동에도 움직임이 제한되도록 일정 수준의 spring 강도를 갖도록 설계되어 있다. 따라서 원자로용기 head가 압력용기에 설치되었을 때는 상부지지 구조물과 원자로용기 head stud bolt 체결에 의해 아래 방향으로 눌러주는 힘이

충분하여 core holddown spring과 upper support assembly는 면접촉을 하게 되고, 핵연료 holddown spring은 최대한 압축된다. 그러나, 원자로용기 head가 제거된 상태에서는 핵연료 holddown spring을 눌러주는 힘은 상부지지 구조물과 재장전수조에 있는 냉각수의 하중뿐이다. 이 하중은 재장전수조 수위에 따라 그 크기가 달라지나 guide tube housing 상부가 노출되는 수위에서는 원자로용기 Head가 설치된 상태에서 핵연료 holddown spring에 가하는 힘보다는 적을 것으로 판단된다. 따라서, 이 힘이 줄어들면 핵연료 holddown spring의 압축정도도 줄어들게 되고, 이에 따라 core holddown spring과 upper support assembly의 접촉 상태가 달라져 틈새(Gap)가 형성될 수 있다. core holddown spring과 upper support assembly가 접촉하지 않고 떨어져 있을 경우에는 재장전수조 배수시 재장전수조에 있는 냉각수가 core holddown spring과 upper support assembly 사이를 지나 원자로용기를 거쳐 RHR 펌프로 흐를 수 있는 유로가 형성될 수 있다.

아래에서는 고리 2호기 재장전수조 배수운전시 core holddown spring과 upper support assembly의 접촉여부와 gap 형성시 그 크기를 평가한 것이다.

일반적으로 연료 집합체와 원자로 내부 구조물은 조사(irradiation) 정도에 따라 성장의 정도가 달라지고, 원자로용기 내부의 온도나 유속 등에 따라 구조물의 크기와 핵연료 holddown spring의 강도 및 spring에 가해지는 힘은 달라지게 된다. 이를 상세하게 평가하기 위해서는 많은 노력이 필요하나, 재장전수조 배수운전중에는 RCS내의 조건이 비교적 단순하므로 다음과 같은 가정하에 간략히 평가한다.

- 구조물의 치수 공차는 무시하고 nominal 값 사용
- 원자로용기내 냉각수 및 구조물의 온도는 상온
- 연료집합체는 동일한 연소도를 갖는다.

고리 2호기에는 121개의 16x16 Westinghouse Standard (W-STD) 핵연료 집합체를 사용하고 있고, 하나의 핵연료 집합체에는 Inconel-718로 구성된 4 set의 holddown spring이 top nozzle에 설치되어 있다. 16x16 W-STD 핵연료는 holddown spring에 하중이 작용되지 않는 상태에서는 bottom nozzle에서 holddown spring까지의 길이가 4.1018 m(161.49") 이다. 그러나, 이 연료가 원자로용기 내에 장전되었을 때는 원자로용기 상부 내장물과 원자로용기 head 및 stud bolt 체결에 의해 길이가 4.0767 m(160.5")로 2.51 cm(0.99") 정도 줄어들게 된다[5]. 이 줄어든 길이는 핵연료 집합체 상부의 holddown spring이 압축되면서 흡수된다. 이때 upper support assembly와 core holddown spring 사이는 밀착되어 면접촉 상태에 있게 된다.

핵연료 집합체 상부의 holddown spring에 작용하는 하중은 다음과 같이 표시된다.

$$\text{총하중} = \text{upper support structure의 (무게 - 부력)} + \text{상부 냉각수 무게}$$

위 식에서 holddown spring에 작용하는 부력과 냉각수 무게 계산시 guide tube housing 및 Protective sleeve등이 차지하는 체적은 무시하고 모두 냉각수라고 가정하여 보수적으로 (스프링의 변위가 적은 방향으로) 하중을 계산하였다. 건조 상태에서 고리2호기 upper support structure 무게는 약 26 ton(57,500 lb) 이다[6]. guide tube 상부가 노출되는 시점에서 상부 냉각수 무게는 약 11.7ton이다. 따라서 총 하중은 약 37.7ton 정도이고 집합체 상부의 holddown spring 1set에 작용하는 하중은 평균 77.9 kg(171.7 lb)이다.

참고문헌[7]에 따르면 원자로용기내에 안착되어 한 주기 연소한 핵연료의 holddown spring 1 set이 받는 하중은 약 240.4 kg (530 lb/set)이다. 핵연료 집합체의 스프링에 작용하는 힘과 변위 사이는 거의 선형적으로 변하므로 1 set의 spring에 77.9 kg의 하중이 작용하면 0.81 cm 정도 변위가 발생한다. 따라서 upper support assembly와 core holddown spring 사이에는 gap의 크기는 1.7 cm 정도로 평가된다. 2 주기에 걸쳐 연소한 연료 집합체의 경우 핵연료의 holddown spring 1set가 받는 하중은 약 226.8 kg (500 lb/set)이고, 3 주기에 걸쳐 연소 연료 집합체의 경우 spring

1 set가 받는 하중은 약 208.7 kg (460 lb/set)이다. 재장전수조 배수운전중 guide tube housing 상부가 노출되는 시점에서의 핵연료 집합체 스프링의 변위는 각각 0.86cm, 0.94cm이고, 이때 upper support assembly와 core holddown spring 사이에는 gap의 크기는 각각 1.65cm, 1.57cm 이다. 따라서 핵연료가 원자로용기내에 없을 때는 upper support assembly의 자중에 의해 upper support assembly와 core holddown spring 사이가 밀착되어 유로가 형성될 수 없으나, 핵연료가 원자로용기내에 있을 때는 핵연료 집합체의 holddown spring에 의해 upper support assembly가 최소 1.57cm 정도 들어 올려지고, 이에 따라 core holddown spring 위쪽으로 유로가 형성된다. 이 유로를 통과한 냉각수는 core barrel과 upper support assembly 사이로 흘러 core upper plenum, 고온관을 지나 RHR 펌프로 유입된다. 이 유로 상의 최소 단면적은 spray nozzle 총 면적의 50배 정도로 평가되었다[12].

따라서, 핵연료가 원자로용기내에 있을 때는 핵연료집합체 상단의 holddown spring에 의해 upper support assembly가 들어 올려지고, 이로 인해 guide tube 상부가 노출되어도 충분한 유로가 확보되어 RHR 펌프로 배수하여도 펌프로 공기가 흡입되는 사건은 발생하지 않는다.

### 3. 기타 국내 가압경수형 원전에 대한 검토

앞에서 설명하였듯이 재장전수조 배수운전중 RHR 펌프로의 기포 유입은 RHR 펌프로 일정량 이상으로 배수할 때, guide tube housing 상부가 격납용기 대기로 노출된 후에는 원자로용기 flange 근처에서의 유로 단면적이 작음으로 인해 압력 손실이 적은 가압기 쪽의 냉각재가 우선 유입되고, 가압기 및 밀림관의 수위가 급격히 감소하면서 공기가 유입된다. 따라서, 국내 타 원전에서 재장전 수조 배수운전시 RHR 펌프 공기흡입 가능성은 원자로 상부지지 구조물이 설치된 상태에서 형성될 수 있는 유로 단면적의 크기를 검토함으로써 발생 가능성을 살펴 볼 수 있다.

spray nozzle의 크기는 정상 운전중에 downcomer와 원자로용기 head 사이의 bypass 유량을 제한하는 역할을 한다. 웨스팅하우스 원전의 경우 원자로용기 상부 유체온도를 기준으로  $T_{HOT}$  발전소와  $T_{COLD}$  발전소로 분류되는데 고리 1,2호기는  $T_{HOT}$  발전소, 고리 3,4호기 및 영광 1,2호기는  $T_{COLD}$  발전소이다.  $T_{COLD}$  발전소의 spray nozzle의 직경은 상대적으로  $T_{HOT}$  발전소에 비해 크다.

고리 1호기는 고리 2호기와 같은  $T_{HOT}$  발전소로 spray nozzle의 크기를 조사한 결과 그 크기가 유사하였다[8]. spray nozzle의 크기 측면에서만 본다면 고리 1호기도 2호기와 같은 유사 현상이 발생할 가능성이 있다. 고리 2호기와 유사 발전소인 브라질의 Angra 1 발전소에 문의한 결과 이 발전소에서 고리 2호기와 유사한 RHR 펌프 공기 흡입 현상을 경험하였고, 재발을 방지하기 위해 배수운전절차서에 재장전수조 수위에 따라 배수유량을 제한하고 있었다.

고리 3,4호기 및 영광 1,2호기는 spray nozzle의 크기가 고리 2호기에 비해 8배 이상 크다[9]. 특히 고리 3,4호기의 경우 운전절차서상에 배수량을  $250m^3/hr$ 로 제한하고 있어[10], 유사 현상이 발생할 가능성이 적다. 울진 1,2호기의 경우에는 spray nozzle의 단면적은 고리 2호기와 유사하나 수위가 원자로용기 flange 보다 1m 정도 높은 시점에서 RHR 펌프를 이용한 배수를 중단하고 상부 재장전수조 바닥 (원자로용기 flange 높이)에 흡입구가 있는 PTR005PO 펌프로 배수한다[11]. 영광 3,4호기와 울진 3,4호기의 경우에는 upper support assembly에 단면적이 큰 구멍이 있어 충분한 유로 면적이 확보되어 있다. 따라서 고리 1,2호기를 제외한 국내 가압경수형 원전에서는 재장전수조 배수운전중에 RHR 펌프 공기 유입 현상이 발생할 가능성은 적다.

### 4. 결론

RELAP5/MOD3 코드를 이용하여 핵연료가 장전되지 않은 고리 2호기 재장전수조 배수운전중 RHR 펌프 기포 유입 원인을 분석하였다. 또한 핵연료가 장전된 고리 2호기 재장전수조 배수운전 중에 RHR 펌프 흡입구로 기포가 유입되지 않은 이유를 정성적으로 분석하였다.

먼저, 원자로용기 내에 핵연료가 있을 경우에는 핵연료 top nozzle에 있는 holddown spring에 의하여 상부 구조물이 위로 들어 올려지게 된다. 이로 인해 upper support assembly와 core holddown spring 사이에 1.5 cm 이상의 틈이 생기고, 이 틈을 통해 재장전수조의 냉각수가 원자로용기로 쉽게 유입되어 RHR 펌프 흡입구에 공기가 유입되는 현상은 발생하지 않는다.

원자로용기에 핵연료가 없고 수위가 guide tube 상단 보다 낮을 경우에는 상부 구조물의 자중에 의하여 재장전수조의 냉각수는 spray nozzle을 통해서만 downcomer로 내려온다. 따라서, 핵연료 재장전수조 수위가 상당히 높음에도 불구하고 spray 노즐을 통과하여 배수되는 유량이 매우 작기 때문에 upper plenum과 고온관의 물이 재장전수조 물보다 먼저 배수되므로 RHR 펌프 흡입구에 공기가 유입되어 RHR 펌프의 기능이 상실된다. 또한, 배수유량에 따라 차이는 있으나 재장전수조 수위와 가압기 surge line 수위에는 차이가 발생한다.

고리 2호기 제15차 계획예방정비 기간 ('00.5.14-6.23) 중에 핵연료가 원자로용기내에 있을 때의 재장전수조 배수운전과 없을 때의 재장전수조 배수운전등 두 번의 재장전수조 배수 과정에서 임시로 설치된 원자로냉각재계통 수위지시계의 변화를 통해 분석결과가 타당함을 입증할 수 있었다.

따라서 재장전수조 배수운전 중에 RHR 펌프 기능상실을 예방하기 위해서는 재장전수조 수위가 guide tube housing 상부가 노출되는 1 m 부터는 수위지시계의 수위를 잘 감시하고, 기포 유입의 재발을 방지 및 RHR 펌프 건전성 확보를 위해 재장전수조의 수위에 따라 배수량 제한치를 설정하여 운전절차서에 반영할 필요가 있다. 국내 기타 원전에 대해 검토한 결과 고리 1호기의 경우 고리 2호기와 유사한 설계 발전소로 고리 2호기와 같은 유사 현상의 발생가능성이 있어 이에 대한 추가적인 연구가 필요하다.

## 참고 문헌

- [1] "부분충수 운전중 잔열제거기능 상실에 관한 안전성 연구", KINS/AR-207, 한국원자력안전기술원, 1992.
- [2] "RELAP5/MOD3.3.2Beta Code Manual," NUREG/CR-5535, Vol. 1-5, 1998.
- [3] "Final Safety Analysis Report, Kori unit 1", 한국전력공사.
- [4] T.S. Andreycheck et al., "Loss of RHRs cooling while the RCS is partially filled", WCAP-11916, Westinghouse, 1988.
- [5] 고리 2호기 Reactor general assembly 도면, 1548E88.

- [6] 고리 2호기 원자로용기내 상부 구조물 도면, 6125E69.
- [7] “가압경수로 핵연료 집합체 설계 및 가공방법 기술검토 보고서”, KINS/AR-320, 한국원자력안전기술원, 1995.
- [8] 고리 1호기 Core barrel 도면, 113E983.
- [9] 웨스팅하우스 3 Loop upper core barrel 도면, 6121E04.
- [10] “연료 재장전수조 충수 및 배수(종합-13)”, 고리 제2발전소, 1998.
- [11] “PTR5 (원자로 수조 배수) (계통 1-4-3)”, 울진 제1발전소.
- [12] “고리 2호기 Cavity 배수운전중 잔열제거펌프 공기흡입 원인분석”, TM.99NJ06.P2000.272, 전력연구원, 2000.

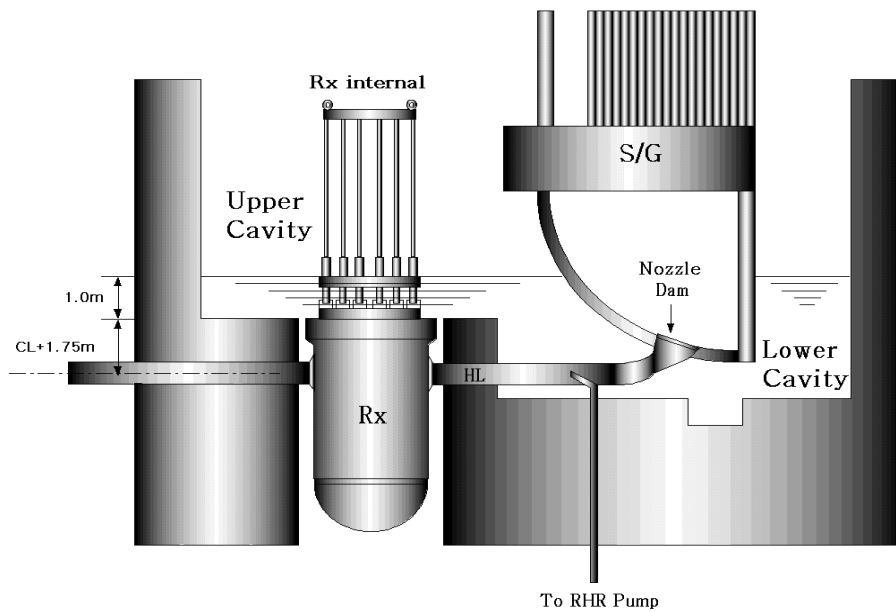


그림 1. 재장전수조 배수운전 개략도



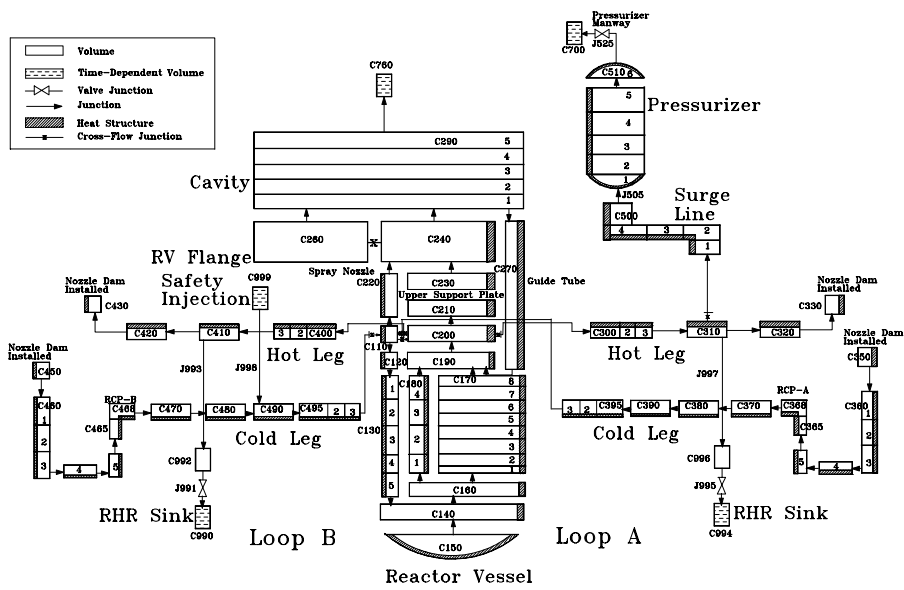


그림 2. 고리 2호기 재장전수조 배수운전을 위한 RELAP5/MOD3 Nodalization

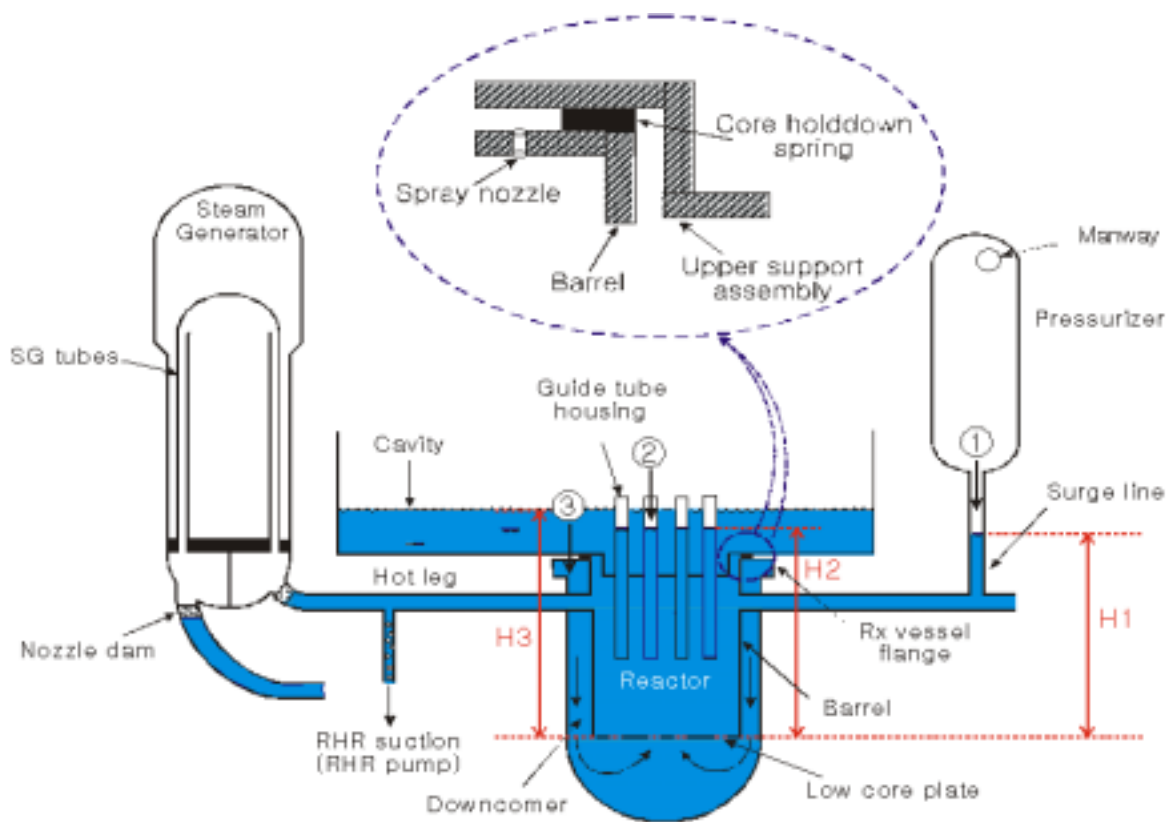


그림 3. 재장전수조 배수운전과 관련된 주요기기의 명칭

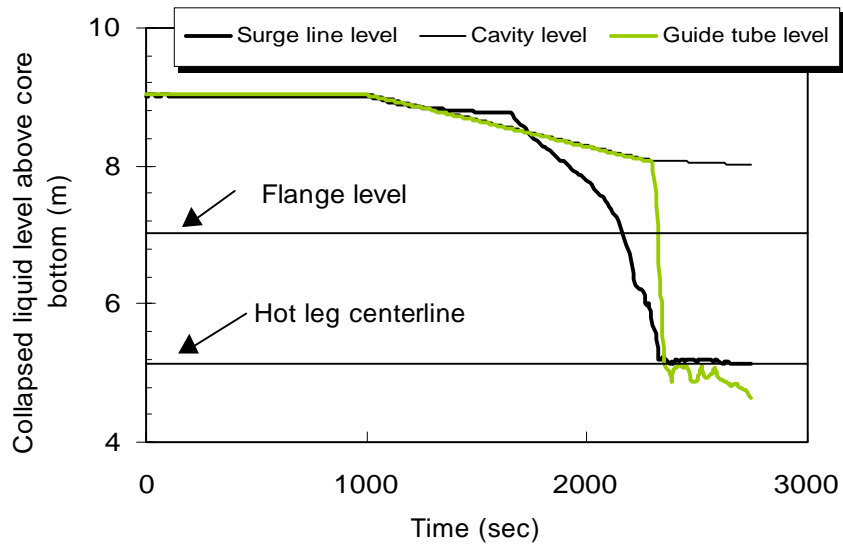


그림 4. 시간에 따른 수위 변화(배수율 270m<sup>3</sup>/hr)

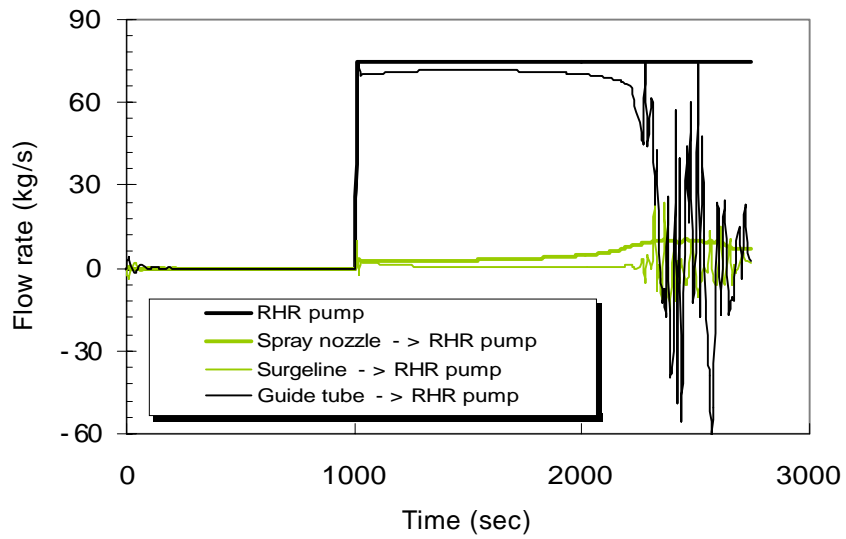


그림 5. 시간에 따른 유로별 유량(배수율 270m<sup>3</sup>/hr)

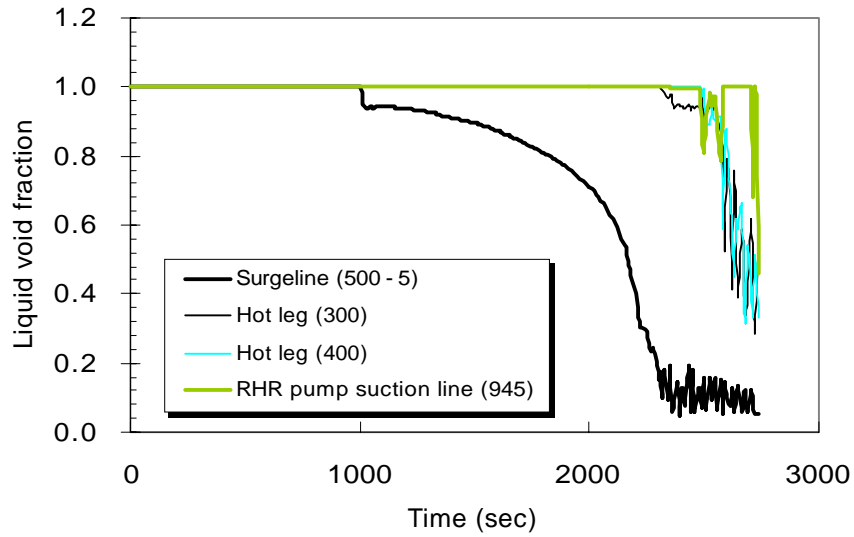


그림 6. RCS내 위치별 액적율 변화(배수율 270m<sup>3</sup>/hr)

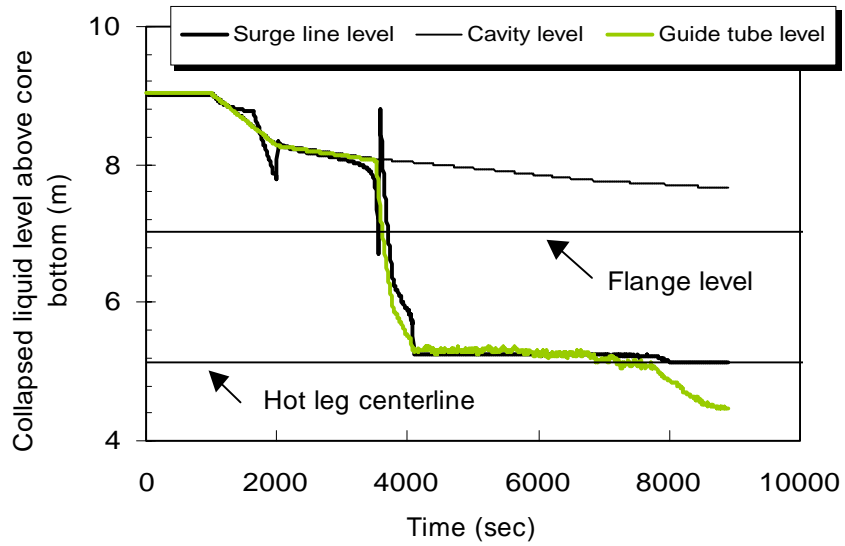


그림 7. 시간에 따른 수위 변화(배수율 50m<sup>3</sup>/hr)

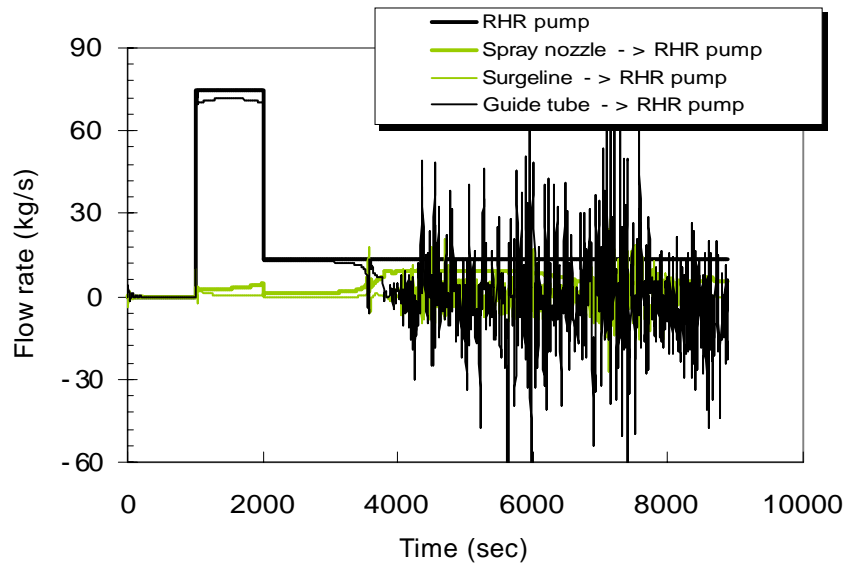


그림 8. 시간에 따른 유로별 유량(배수율 50m<sup>3</sup>/hr)

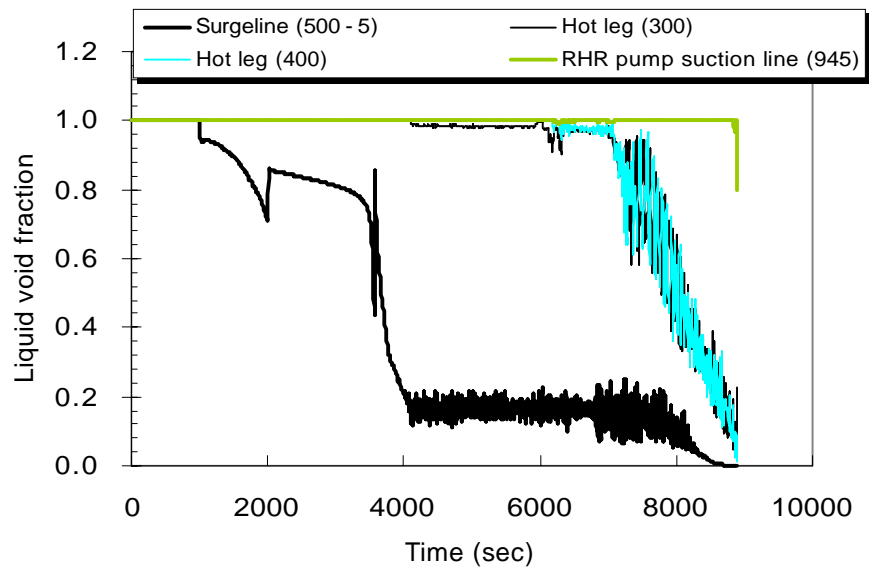


그림 9. RCS내 위치별 액적율 변화(배수율 50m<sup>3</sup>/hr)

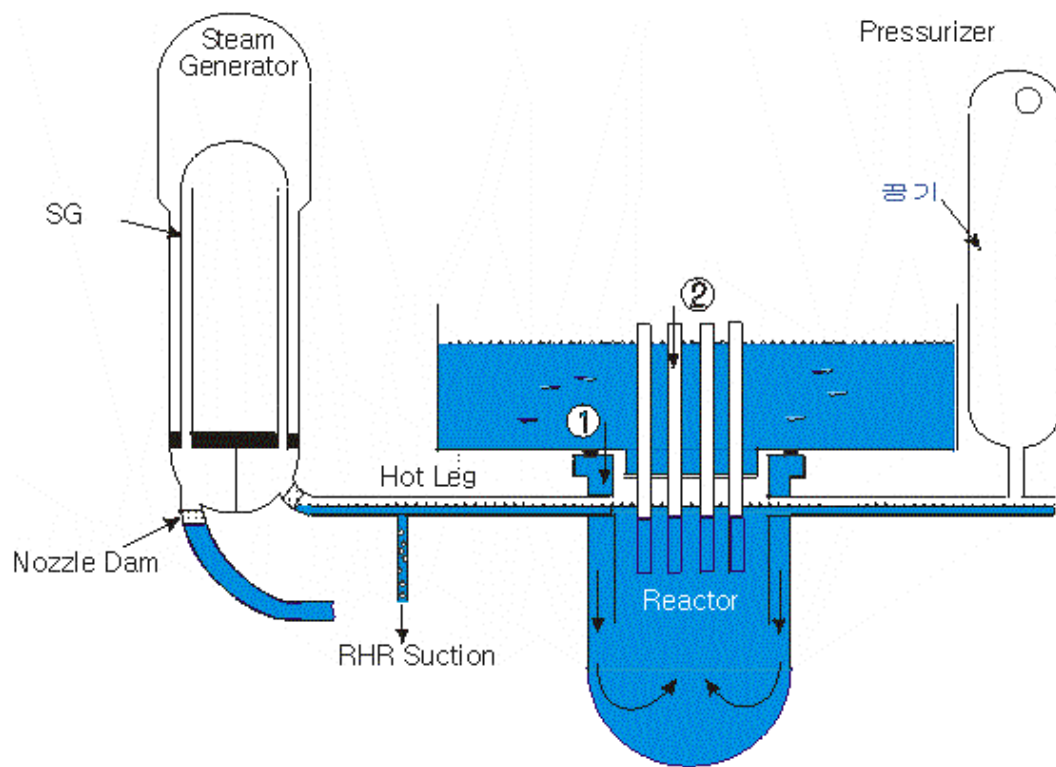


그림 10. RHR 펌프 기능상실시 RCS내 냉각수 분포 개념도